Canadian Nuclear Safety Commission
Commission canadienne de sûreté nucléaire

DRAFT
REGULATORY
STANDARD

Safety Analysis for Nuclear Power Plants

S–310

Issued for public consultation
January 2005

Canada

REGULATORY DOCUMENTS

The legal framework within which the Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) operates includes the *Nuclear Safety and Control Act* (*Act*), its Regulations and other legal instruments such as licences, certificates and orders. The legal framework is supported by regulatory documents issued by the CNSC, the main classes of which are

Regulatory Policy (P): a document that describes the philosophy, principles or fundamental factors that underlie the CNSC's approach to its regulatory mission. It provides direction to CNSC staff and information to stakeholders.

Regulatory Standard (S): a document that describes CNSC requirements. It imposes obligations on the regulated party, once it is referenced in a licence or other legally enforceable instrument.

Regulatory Guide (G): a document that indicates acceptable ways of meeting CNSC requirements, as expressed in the *Act*, Regulations, regulatory standard or other legally-enforceable instrument. It provides guidance to licensees and other stakeholders.

Regulatory Notice (N): a document that provides licensees and other stakeholders with information about significant matters that warrant timely action.

DRAFT REGULATORY STANDARD

SAFETY ANALYSIS FOR NUCLEAR POWER PLANTS

S–310

Issued for public consultation

January 2005

About this Document

The purpose of this Regulatory Standard, when incorporated in a licence for a nuclear power plant or other legally enforceable instrument, is to help assure, during the preparation of a site for a nuclear power plant, or during the construction, operation or decommissioning of a nuclear power plant, that adequate safety analyses are completed by, or on behalf of, the licensee in accordance with the *Nuclear Safety and Control Act* ("NSC Act," "Act") and regulatory requirements.

Comments

The CNSC invites interested persons to assist in the further development of this draft regulatory document by commenting in writing on its content and potential usefulness. Please respond by March 24, 2005. Direct your comments to the postal or e-mail address provided below, referencing file 1-8-8-310.

The CNSC will take the comments received on this draft into account when developing it further. These comments will be subject to the provisions of the federal *Access to Information Act*.

Document availability

This document can be viewed on the CNSC Internet web site at www.nuclearsafety.gc.ca. To order a printed copy in English or French, please contact:

Administrative Assistant
Regulatory Standards and Research Division
Directorate of Operational Strategies
Canadian Nuclear Safety Commission
P.O. Box 1046, Station B
280 Slater Street
Ottawa, Ontario K1P 5S9
CANADA

Telephone: (613) 947-3981
Facsimile: (613) 995-5086
E-mail: consultation@cnsc-ccsn.gc.ca

DRAFT REGULATORY STANDARD

S–310

SAFETY ANALYSIS FOR NUCLEAR POWER PLANTS

Issued for public consultation by the
Canadian Nuclear Safety Commission
January 2005

TABLE OF CONTENTS

1.0 PURPOSE **1**

2.0 SCOPE **1**

3.0 RELEVANT LEGISLATION **1**

4.0 IMPLEMENTATION **2**

5.0 BACKGROUND **2**

6.0 SAFETY ANALYSIS REQUIREMENTS **3**

6.1 Responsibility 3
6.2 Events to be analysed 3
6.2.1 Identifying Events 3
6.2.2 Scope of Events to Be Analysed 3
6.2.3 Classification of Events 4
6.3 Acceptance Criteria 4
6.3.1 Normal Operation 4
6.3.2 Anticipated Operational Occurrences & Design Basis Accidents 5
6.3.3 Beyond Design Basis Accidents 5
6.3.4 Application of Safety Requirements for AOO and DBA 5
6.4 Safety Analysis Methods and Assumptions 5
6.4.1 General 5
6.4.2 Analysis Method 6
6.4.3 Analysis Assumptions 6
6.4.4 Computer Codes 7
6.5 Safety Analysis Documentation 7
6.6 Safety Analysis Review and Update 8
6.6.1 Review of Safety Analysis Results 8
6.6.2 Update of Safety Analysis 8
6.7 Quality of Safety Analysis 8

7.0 NPP BUILT BEFORE 2004 ..... **9**

GLOSSARY **10**

REFERENCES **13**

APPENDIX A **14**

A.1 Reference Dose Limits 14
A.2 Safety Requirements 15

APPENDIX B **16**

SAFETY ANALYSIS FOR NUCLEAR POWER PLANTS

1.0 PURPOSE

The purpose of this Regulatory Standard, when incorporated in a licence for a nuclear power plant or other legally enforceable instrument, is to help assure, during the preparation of a site for a nuclear power plant, or during the construction, operation or decommissioning of a nuclear power plant, that adequate safety analyses are completed by, or on behalf of, the licensee in accordance with the *Nuclear Safety and Control Act* ("NSC Act," "Act") and regulatory requirements.

2.0 SCOPE

This Regulatory Standard sets out the requirements related to the safety analysis and the conducting of safety analysis, including the selection of events to be analysed, acceptance criteria, safety analysis methods, and safety analysis documentation and review.

3.0 RELEVANT LEGISLATION

The relevance of the NSC Act and the regulations made under the NSC Act to this Standard is as follows:

1. Subsection 24(4) of the NSC Act that provides that the Commission may only issue, renew or amend licences if the licensee or the applicant is (a) qualified to carry on the activity that the licence authorize the licensee to carry on, and (b), in carrying out that activity, make adequate provision for the protection of the environment, the health and safety of persons and the maintenance of national security and measures required to implement international obligations to which Canada has agreed;
2. Subsection 24(5) of the NSC Act that authorizes the Commission to include in a licence any term or condition that the Commission considers necessary for the purposes of the Act;
3. Paragraph 3(1)(i) of the *General Nuclear Safety and Control Regulations* that provides that an application for a licence shall contain, in addition to other information, "a description and the results of any test, analysis or calculation performed to substantiate the information included in the application";
4. Paragraph 5(i) of the *Class I Nuclear Facilities Regulations* that provides that an application for a licence to construct a Class I nuclear facility shall contain, in addition to other information, information on "the effects on the environment and the health and safety of persons that may result from the construction, operation and decommissioning of the nuclear facility..";

5. Paragraph 6(h) of the *Class I Nuclear Facilities Regulations* that provides that an application for a licence to operate a Class I nuclear facility shall contain, in addition to other information, information on "the effects on the environment and the health and safety of persons that may result from the operation and decommissioning of the nuclear facility.."; and

6. Paragraph 7(f) of the *Class I Nuclear Facilities Regulations* that provides that an application for a licence to decommission a Class I nuclear facility shall contain, in addition to other information, information on "the effects on the environment and the health and safety of persons that may result from the decommissioning of the nuclear facility...".

4.0 IMPLEMENTATION

A licensee shall conduct safety analysis as required by the Commission in accordance with the Act, the regulations and this regulatory standard.

To apply this standard to nuclear power plants (NPP) built before 2004, see Section 7.

5.0 BACKGROUND

Safety analysis is an essential element of a safety assessment. It is an engineering and scientific analytical study by which it is demonstrated how safety requirements are met for a broad range of operating conditions and various initiating events. Hence, the objectives of an analysis are

1. to confirm that the design of a nuclear power plant meets design and safety requirements;

2. to derive or confirm operational limits and conditions which are consistent with the design and safety requirements for the plant;

3. to demonstrate that the management of anticipated operational occurrences (AOO) and design basis accidents (DBA) is possible by automatic response of either the control systems (for AOO), or special safety systems in combination with prescribed actions of the operator (for DBA);

4. to assist in establishing the progression of severe accidents for the purpose of severe accident managements; and

5. to assist in demonstrating that safety goals, such as may be established to limit the safety risks posed by the nuclear power plant, are met.

Safety analysis involves deterministic and probabilistic analyses in support of the design, commissioning, operation or decommissioning of a nuclear power plant. This standard focuses mainly on the deterministic safety analysis used in the event consequence assessments. It identifies high level requirements for conducting and presenting safety analysis, based on the best national and international practices.

6.0 SAFETY ANALYSIS REQUIREMENTS

6.1 Responsibility

The licensee is responsible for ensuring that the safety analysis is accurate and meets the regulatory requirements. The licensee shall

1. maintain adequate capability to perform or procure safety analysis and train safety analysts;
2. establish a formal process to assess and update safety analysis accounting for the impact of operational experience, research findings and identified safety issues; and
3. establish and apply a formal quality assurance process for conducting safety analysis.

6.2 Events to be analysed

6.2.1 Identifying Events

The licensee shall identify, using a systematic process, events, event sequences, and event combinations ('events' hereafter in this document) that can potentially challenge the safety or control functions of the plant. This process shall be based on regulatory requirements and guidance, past licensing precedents, operational experience, engineering judgment, results of deterministic and probabilistic assessments, and systematic review of design.

The identification of events shall account for all operating modes of the plant.

The list of identified events shall be reviewed for completeness during the design and analysis process, and modified as necessary.

In addition to events that could challenge the safety or control functions of the plant, safety analysis shall be performed for normal plant operation.

6.2.2 Scope of Events to Be Analysed

The list of events identified for the safety analysis shall include all credible component and system failures or malfunctions, operator errors, as well as common cause internally and externally initiated events.

A cut-off frequency shall be selected such that the events with the frequency of occurrence less than the cut-off limit would provide only a negligible contribution to the risk. The elimination of such events from the analysis scope shall be justified and the reasons shall be documented.

6.2.3 Classification of Events

The identified events shall be classified, based on the results of probabilistic studies and engineering judgement, into the following three classes of events:

1. ***Anticipated Operational Occurrences (AOO)*** - Events that are expected, based on the best available knowledge, to occur during the plant lifetime. AOO includes all events with frequencies of occurrence greater than 10^{-2} per year.
2. ***Design Basis Accidents (DBA)*** - Events that have a relatively small but non-trivial frequency of occurrence, and for which the plant design incorporates sufficient safety features to minimize any resulting fuel damage or radiological consequences. DBA includes all events with frequencies of occurrence greater than 10^{-5} per year but less than 10^{-2} per year. It also includes any events that are used as a design basis for a special safety system, regardless of whether the estimated frequencies are less than 10^{-5} per year.
3. ***Beyond Design Basis Accidents (BDBA)*** - Events that have very low frequency of occurrence but the potential for significant reactor core damage and radiological consequences. BDBA includes events with frequencies of occurrence less than 10^{-5} per year.

Events with a frequency on the border between two classes of events, or with substantial uncertainty over the predicted event frequency shall be classified into a higher frequency class.

Credible common cause events shall also be classified within the AOO, DBA and BDBA classes.

6.3 Acceptance Criteria

6.3.1 Normal Operation

Analysis for normal operation of the plant shall demonstrate that

1. plant parameter values do not exceed operating limits;
2. radiological doses to workers and members of the public are within the limits prescribed in the *Radiation Protection Regulations*; and
3. releases of radioactive materials into the environment fall within the allowable limits.

6.3.2 Anticipated Operational Occurrences & Design Basis Accidents

Analysis for AOO and DBA shall demonstrate that

1. radiological doses to members of the public do not exceed the limits given in Table A.1 of Appendix A; and
2. the applicable safety requirements specified in Table A.2 of Appendix A are met.

6.3.3 Beyond Design Basis Accidents

Analysis for BDBA shall be performed, as part of the plant safety assessment, to demonstrate that

1. the plant as designed can meet the established safety goals; and
2. accident management program and design provisions, as may be in place to cater to the accident management needs, are effective.

6.3.4 Application of Safety Requirements for AOO and DBA

Appendix A identifies, qualitatively, the baseline safety requirements for AOO and DBA. Additional requirements may be applied to reflect the design requirements for specific events.

To demonstrate that the qualitative safety requirements are met, quantitative derived acceptance criteria specific to each analysed event shall be identified prior to performing the analysis. Such derived acceptance criteria shall be supportable by experimental data.

The results of safety analysis shall meet appropriate derived acceptance criteria with margins sufficient to accommodate uncertainties associated with the analysis.

The analysis shall be performed for the event that poses the most challenges in the demonstration of meeting of derived acceptance criteria, i.e., the limiting event in an event category.

6.4 Safety Analysis Methods and Assumptions

6.4.1 General

The analysis shall allow high confidence in demonstrating conformity with the acceptance criteria.

To achieve the desirable high confidence, safety analysis shall

1. be performed by qualified analysts in accordance with a QA process

2. apply a systematic analysis method,
3. use verified and validated models and computer codes,
4. use justified assumptions,
5. account for uncertainties in the safety analysis models and inputs,
6. build in a degree of conservatism commensurate with the severity of the analysed event and the associated uncertainties, and
7. be subjected to a review process.

6.4.2 Analysis Method

The analysis method shall include

1. identification of the scenarios to be analysed as required to attain the analysis objectives, including sensitivity analyses;
2. identification of the applicable acceptance criteria and limits;
3. collection of the information that describes the analysed plant and all permissible plant states;
4. defining the assumptions regarding the plant operating state, the availability and performance of the plant systems, and the operators' actions;
5. identification of the important phenomena of the analysed accident transients;
6. selection of the computational methods or computer codes, models, and correlations that have been validated for the intended applications;
7. identification of significant uncertainties associated with plant performance, operational measurements, and plant and accident modelling;
8. preparation of input data for the analysis;
9. conducting calculations predicting the event transient, starting from the initial steady state up to the pre-defined end-state;
10. verification of calculation results for physical and logical consistency; and
11. processing and documenting the calculations results to demonstrate conformance with the acceptance criteria.

6.4.3 Analysis Assumptions

Safety analysis shall be based on complete and accurate plant design and operational information and supported by experimental data. Assumptions made to simplify the analysis, as well as assumptions concerning the availability and performance of the systems and operators shall be identified and justified.

The analysis shall

1. incorporate sufficient margins in the analysis assumptions to off-set uncertainties associated with plant performance, operational measurements, and plant and accident modelling;
2. apply the single failure criterion to all special safety systems;
3. account for consequential failures that may occur as a result of the initiating event;
4. credit actions of systems only where the systems are qualified for the accident conditions or when their actions may have a detrimental effect on the consequences of the analysed accident;
5. consider the effects of the aging of components, systems and structures;
6. account for the possibility of the equipment being taken out of service for maintenance; and
7. credit operator actions only when there are
   a) unambiguous indications of the need for such actions,
   b) adequate procedures and sufficient time to perform the required actions, and
   c) environmental conditions that do not prohibit such actions.

6.4.4 Computer Codes

Computer codes used in the safety analysis shall be developed, validated and used in accordance with a quality assurance program that meets the Canadian Standards Association (CSA) standard N286.7 [1].

6.5 Safety Analysis Documentation

The safety analysis results shall be documented to

1. describe the technical basis for the analysed event and key phenomena and processes,
2. present information describing the analysis method and assumptions,
3. present analysis results in a way facilitating their understanding and drawing conclusions concerning conformance to the acceptance criteria, and
4. facilitate update of the analysis.

6.6 Safety Analysis Review and Update

6.6.1 Review of Safety Analysis Results

The licensee shall systematically review the safety analysis results to ensure that they are correct and meet their initial goal. The results shall be assessed against the relevant requirements, applicable experimental data, expert judgment, comparison with similar calculations and sensitivity analyses.

The licensee shall review the analysis results using one or more of the following techniques, depending on the objectives of the analysis:

1. supervisory review,
2. peer review,
3. independent review by qualified individuals, and
4. independent calculations using alternate tools and methods to the extent practicable.

6.6.2 Update of Safety Analysis

The safety analysis shall be periodically reviewed and updated to account for changes in plant configuration, conditions (including those due to aging), operating parameters and procedures, research findings, and advances in knowledge and understanding of physical phenomena, in accordance with CNSC Regulatory Standard S-99 [2].

The safety analysis shall also be updated to account for a situation or an event that may reveal a hazard that is different in nature, greater in probability, or greater in magnitude than was previously presented to the Commission in the licensing documents.

6.7 Quality of Safety Analysis

Safety analysis shall be subjected to a comprehensive quality assurance (QA) program applied to all activities affecting the quality of the results. The QA program shall identify the quality assurance standards to be applied.

The QA program shall include documented procedures and/or instructions for the complete safety analysis process, including, but not limited to

1. collection and verification of plant data;
2. verification of the computer input data;
3. validation of plant and analytical models;
4. assessment of simulations results; and

5. documentation of analysis results.

7.0 NPP BUILT BEFORE 2004

All safety analysis requirements in this standard are applicable to NPPs built before 2004, with the exception of the reference dose limits presented in Table A.1 of Appendix A. The reference dose limits presented in Tables B.1 and B.2 of Appendix B shall be used in accordance with the original basis for the CNSC licence. Alternatively, Table A.1 may be used as directed or approved by the CNSC.

The safety analysis requirements that form the basis of the CNSC licence remain applicable. Any exemption from these requirements must be justified and approved by the CNSC on a case-by-case basis.

GLOSSARY

Acceptance criteria
Quantitative limitation of selected parameters or qualitative requirements set-up for the results of accident analysis. Specified bounds on the value of a functional or condition indicator used to assess the ability of a system, structure or component to perform its design function.

Accident
Any unintended event, including operating errors, equipment failures or other mishaps, the consequences or potential consequences of which are not negligible from the point of view of protection or safety.

Anticipated operational occurrence
An operational process deviating from normal operation which is expected to occur once or several times during the operating lifetime of the power plant but which, in view of the appropriate design provisions, does not cause any significant damage to items important to safety nor lead to accident conditions.

Best estimate approach
A method designed to give realistic results, based on the available knowledge and modelling capabilities.

Beyond design basis accident (BDBA)
Accident conditions more severe than those of a DBA. An accident falling outside the plant and its special safety systems design envelope. A BDBA may or may not involve core degradation.

CNSC
Canadian Nuclear Safety Commission

Common cause
A cause for a concurrent failure of two or more structures, systems or components, such as a natural phenomena (earthquakes, tornadoes, floods, etc.), design deficiency, manufacturing flaws, operation and maintenance errors, man induced destructive events, and others.

Conservative method
A method deliberately leading to results, which are likely to be bounding relative to specified acceptance criteria.

Design basis
The entire range of conditions for which an NPP is designed in accordance with established design criteria, and for which damage to the fuel and release of radioactive material are kept within authorized limits.

Design basis accident (DBA)
Accident conditions against which an NPP is designed according to established design criteria, and for which the damage to the fuel and the release of radioactive material are kept within authorized limits.

Deterministic safety analysis
Analysis using, for key parameters, single numerical values (taken to have a probability of 1), leading to a single value of the result. This safety analysis is performed under specific predetermined assumptions concerning the initial operational state and the initiating event, with specific sets of rules and acceptance criteria. Deterministic analysis can use either conservative or best estimate methods.

Normal operation
Operation of an NPP within specified operational limits and conditions including startup, power operation, shutting down, shutdown, maintenance, testing and refueling.

Nuclear power plant (NPP)
Any fission-reactor installation that has been constructed to generate electricity on a commercial scale. A nuclear power plant is a Class IA nuclear facility, as defined in the *Class I Nuclear Facilities Regulations*.

Operational limits and conditions
A set of rules setting forth parameter limits or conditions that ensure the functional capability and the performance levels of equipment for safe operation of an NPP.

Safety analysis
An engineering and scientific analytical study, usually performed by means of computer codes, by which it is demonstrated how safety requirements are met.

Safety function
A specific purpose that must be accomplished for safety.

Sensitivity analysis
A quantitative examination of how the behaviour of a system varies with change, usually in the values of the governing parameters.

Special safety systems
Systems designed for the safe shutdown of the reactor, removal of the residual heat from the core, and prevention of release of radioactive material into the environment in case of an accident. For the current CANDU reactors, the special safety systems include the shutdown system no.1, the shutdown system no. 2, the emergency core cooling system, and the containment system.

Single failure criterion
A criterion applied to a system such that it must be capable of performing its task in the presence of a single failure.

REFERENCES

Referenced Publications

1. CSA N286.7-99, Quality Assurance of Analytical, Scientific and Design Computer Programs for Nuclear Power Plants, 2003.

2. CNSC S-99, Reporting Requirements for Operating Nuclear Power Plants, 2003.

3. Atomic Energy Control Board (AECB) No. 1010, "Reactor Siting Criteria and Practices in Canada", February 1965.

4. AECB Consultative Document C-6, Proposed Regulatory Guide, "Requirements for the Safety Analysis of CANDU Nuclear Power Plants", June 1980.

Other Relevant Publications

1. International Atomic Energy Association (IAEA) Safety Standards Series NS-G-1.2, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, 2001.

2. IAEA Safety Standards Series NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Requirements, 2000.

APPENDIX A
Acceptance Criteria

A.1 Reference Dose Limits

To demonstrate that the radiological consequences of the analysed events do not exceed the limits given in Table A.1 the dose shall be calculated

1. for an average member of a critical group for which the radiological consequences of the release are most severe at, or beyond, the site boundary;
2. for the period of 30 days after the analysed event; and
3. taking into account contribution from external radiation, inhalation and skin absorption.

Table A.1 Reference Dose Limits

Event	Effective dose, mSv
Anticipated operational occurrence	0.5
Design basis accident	20

Note: NPP's built before 2004 may use Table A.1 as directed or approved by the CNSC.

A.2 Safety Requirements

Table A.2 lists the baseline safety requirements for AOO and DBA. Additional requirements may be applied to specific events. Quantitative derived acceptance criteria shall be identified for the practical application of these requirements.

Table A.2 Safety Requirements for Pressure Tube Reactors

Requirements	AOO	DBA
No reliance on special safety systems to meet requirements	A	N/A
No consequential degradation of fuel condition[1]	A	N/A
Fuel configuration allows removal of residual heat	A	A[2]
No further fuel damage after an emergency core cooling system (ECCS) re-establishes adequate cooling	A	A[2]
No fuel breakup due to rapid energy addition	A	A
No constrained axial fuel string expansion	A	A
Avoidance of prompt criticality	A	A
Fuel channel configurations allows removal of residual heat	A	A[2]
No consequential failure of special safety systems functions	A	A
No consequential loss of primary heat transport system integrity	A	A[2]
Containment remains within design pressure range	A	A
No consequential hydrogen explosion or deflagration in any plant system	A	A
Reactor remains subcritical after shutdown	A	A
Spent fuel remains subcritical	A	A
Spent fuel cooling is maintained	A	A

Note: Symbols "A" and "N/A" used in these columns signify "Applicable" and "Not Applicable" respectively.

[1] In this requirement, degradation of fuel condition means that the fuel is no longer qualified for continuous use after having been subjected to the predicted conditions.

[2] For events where the initiating event is in a single fuel channel, its feeder piping or fuelling machines, these requirements do not apply to that channel or the fuel associated with it.

APPENDIX B

Reference Dose Limits for NPP Built Before 2004

To demonstrate that the radiological consequences of the analysed events do not exceed the limits given in Tables B.1 or B.2, the dose shall be calculated:

1. for an average member of a critical group for which the radiological consequences of the release are most severe, at, or beyond, the site boundary;
2. for the period of 30 days after the analysed event; and
3. taking into account contribution from external radiation, inhalation and skin absorption.

Table B.1 Reference Dose Limits for NPPs Licensed Based on AECB-1010 [3]

Event	Effective dose, mSv	Thyroid dose, mSv
Process system failures	5	30
Process system failure plus special safety system failure	250	2500
Note: Definition of process system failure is given in AECB-1010		

Table B.2 Reference Dose Limits for NPPs Licensed Based on AECB C-006 [4]

Event Class	Effective dose, mSv	Thyroid dose, mSv
Class 1	0.5	5
Class 2	5	50
Class 3	30	300
Class 4	100	1000
Class 5	250	2500
Note: Definition of event classes is given in AECB C-006		

Canadian Nuclear Safety Commission
Commission canadienne de sûreté nucléaire

PROJET DE NORME D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION

Analyse de sûreté pour les centrales nucléaires

S–310

Présenté pour consultation publique
JANVIER 2005

Canada

DOCUMENTS D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION

La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) fonctionne à l'intérieur d'un cadre juridique constitué de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements, et de différents instruments légaux exécutoires : des lois, des règlements, des permis et des ordres. Les documents d'application de la réglementation comprennent les catégories suivantes :

Politique d'application de la réglementation (P) : document qui décrit la doctrine, les principes et les facteurs fondamentaux utilisés par la CCSN dans son programme d'application de la réglementation. Une politique d'application de la réglementation fournit des lignes directrices au personnel de la CCSN, et de l'information aux parties intéressées.

Norme d'application de la réglementation (S) : document qui décrit les exigences de la CCSN. Une norme d'application de la réglementation impose des obligations à une personne ou à un organisme assujetti à la réglementation quand un permis ou un autre instrument ayant force de loi y renvoie.

Guide d'application de la réglementation (G) : document qui indique des méthodes acceptables qui satisfont aux exigences de la CCSN, telles que précisées dans la *LSRN* et ses règlements d'application, dans les normes d'application de la réglementation ou dans tout autre instrument ayant force de loi. Un guide d'application de la réglementation fournit des lignes directrices aux titulaires de permis et aux parties intéressées.

Avis d'application de la réglementation (N) : document qui contient des renseignements destinés aux titulaires de permis et aux autres parties intéressées au sujet de questions importantes qui nécessitent la prise de mesures au moment opportun.

PROJET DE NORME D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION

ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LES CENTRALES NUCLÉAIRES

S–310

Présenté pour consultation publique

Janvier 2005

Au sujet du présent document

La présente norme d'application de la réglementation a pour but d'assurer, après son intégration dans un permis d'exploitation de centrale nucléaire ou dans un autre instrument ayant force de loi, que les analyses de sûreté adéquates sont effectuées par le titulaire de permis ou en son nom, conformément à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (la « *LSRN* », ou la « *Loi* ») durant la préparation d'un site, ou la construction, l'exploitation ou le déclassement d'une centrale nucléaire.

Commentaires

La CCSN invite les personnes qui désirent contribuer à l'amélioration du présent projet de norme à lui faire part de leurs observations, par écrit, tant sur la teneur du document que sur son utilité. Veuillez répondre d'ici le 24 mars 2005. Dirigez vos commentaires vers l'adresse postale ou de courriel fournie ci-dessous, en mettant en référence le numéro de dossier 1-8-8-310.

La CCSN tiendra compte des commentaires reçus pour finaliser la norme. Les commentaires sont assujettis à la *Loi sur l'accès à l'information*.

Disponibilité du document

Le présent document est disponible sur le site Web de la CCSN à www.nuclearsafety.gc.ca. On peut également en commander un exemplaire en français ou en anglais, en communiquant avec la personne suivante :

Adjointe administrative
Division des normes de réglementation et de la recherche
Direction des stratégies opérationnelles
Commission canadienne de sûreté nucléaire
C.P. 1046, Succursale B
280, rue Slater
Ottawa (Ontario) K1P 5S9
CANADA

Téléphone : (613) 947-3981
Télécopieur : (613) 995-5086
Courriel : consultation@cnsc-ccsn.gc.ca

PROJET DE NORME D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION

S–310

ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LES CENTRALES NUCLÉAIRES

Présenté pour consultation publique par la
Commission canadienne de sûreté nucléaire
Janvier 2005

TABLE DES MATIÈRES

1.0 OBJET 1

2.0 PORTÉE 1

3.0 FONDEMENT LÉGISLATIF 1

4.0 MISE EN APPLICATION 2

5.0 CONTEXTE 2

6.0 EXIGENCES DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ 3

6.1 Responsabilité 3
6.2 Événements à analyser 3
6.2.1 Identification des événements 3
6.2.2 Portée des événements à analyser 4
6.2.3 Classification des événements 4
6.3 Critères d'acceptation 5
6.3.1 Exploitation normale 5
6.3.2 Incidents de fonctionnnement prévus et accidents de référence 5
6.3.3 Accidents hors-dimensionnement (AHD) 5
6.3.4 Application des exigences relatives à la sûreté pour les IFP et les ADR 5
6.4 Méthodes d'analyse de sûreté et hypothèses 6
6.4.1 Généralités 6
6.4.2 Méthode d'analyse 6
6.4.3 Hypothèses relatives à l'analyse 7
6.4.4 Programmes informatiques 8
6.5 Documents sur l'analyse de sûreté 8
6.6 Examen et mise à jour de l'analyse de sûreté 8
6.6.1 Examen des résultats de l'analyse de sûreté 8
6.6.2 Mise à jour de l'analyse de sûreté 9
6.7 Qualité de l'analyse de sûreté 9

7.0 CENTRALES NUCLÉAIRES CONSTRUITES AVANT 2004 9

GLOSSAIRE 10

RÉFÉRENCES 13

ANNEXE A 14

A.1 Limites de dose de référence 14
A.2 Exigences relatives à la sûreté 15

ANNEXE B 16

ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LES CENTRALES NUCLÉAIRES

1.0 OBJET

La présente norme d'application de la réglementation a pour but d'assurer, après son intégration dans un permis d'exploitation de centrale nucléaire ou dans un autre instrument ayant force de loi, que les analyses de sûreté adéquates sont effectuées par le titulaire de permis ou en son nom, conformément à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (la « *LSRN* », ou la « *Loi* ») durant la préparation d'un site, ou la construction, l'exploitation ou le déclassement d'une centrale nucléaire.

2.0 PORTÉE

La présente norme d'application de la réglementation contient les exigences liées à l'analyse de sûreté et à leur réalisation, y compris le choix des événements à analyser, les critères d'acceptation, les méthodes d'analyse de sûreté, la documentation et l'examen de l'analyse de sûreté.

3.0 FONDEMENT LÉGISLATIF

Voici les parties de la LSRN et de ses règlements qui se rapportent à la présente norme :

1. le paragraphe 24(4) de la LSRN, qui stipule que la Commission ne délivre, ne renouvelle, ne modifie ou ne remplace une licence ou un permis que si elle est d'avis que l'auteur de la demande, à la fois, a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis; b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver et assurer la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées;
2. le paragraphe 24(5) de la LSRN, qui prévoit que les licences ou les permis peuvent être assortis des conditions que la Commission estime nécessaires à l'application de la présente loi;
3. l'alinéa 3(1)i) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* qui prévoit qu'une demande de permis doit contenir, en plus d'autres renseignements, « une description et les résultats des épreuves, analyses ou calculs effectués pour corroborer les renseignements compris dans la demande »;
4. l'alinéa 5i) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* qui prévoit que toute demande de permis de construction d'une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre, en plus d'autres renseignements, des renseignements sur « les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir la construction, l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets »;

5. l'alinéa 6h) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* qui prévoit que toute demande de permis d'exploitation d'une installation nucléaire de catégorie I doit contenir, en plus d'autres renseignements, des renseignements sur « les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets »;
6. l'alinéa 7f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* qui prévoit qu'une demande de permis de déclassement d'une installation nucléaire de catégorie I doit contenir, en plus d'autres renseignements, des renseignements sur « les effets que les travaux de déclassement peuvent avoir sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets ».

4.0 MISE EN APPLICATION

Le titulaire de permis doit réaliser une analyse de sûreté tel que requis par la Commission, conformément à la Loi et à ses règlements, et à la présente norme réglementaire.

Pour appliquer cette norme aux centrales nucléaires construites avant 2004, voir la section 7.

5.0 CONTEXTE

L'analyse de sûreté est un élément essentiel de l'évaluation de la sûreté. Il s'agit d'une étude analytique technique et scientifique dans laquelle on démontre dans quelle mesure les exigences liées à la sûreté sont respectées pour une vaste gamme de conditions d'exploitation et pour différents événements à l'origine d'un accident. Les objectifs de l'analyse sont les suivants :

1. confirmer que la conception de la centrale nucléaire respecte les exigences en matière de conception et de sûreté;
2. dériver ou confirmer les limites opérationnelles et les conditions qui sont conformes aux exigences relatives à la conception et à la sûreté de la centrale;
3. démontrer que la gestion des incidents de fonctionnnement prévus (IFP) et des accidents de référence (ADR) est possible grâce à une intervention automatique soit des systèmes de contrôle (dans le cas des IFP), ou des systèmes de sûreté spéciaux, conjointement avec la prise de mesures réglementées de la part de l'opérateur (dans le cas des ADR);
4. aider à établir la progression des accidents graves aux fins de la gestion des accidents graves;
5. aider à démontrer que les objectifs en matière de sûreté ayant été établis pour limiter les risques posés par la centrale nucléaire, sont atteints.

L'analyse de sûreté comprend des analyses déterministes et des analyses probabilistes qui tiennent compte de la conception, de la mise en service, de l'exploitation et du déclassement d'une centrale nucléaire. La présente norme porte essentiellement sur l'analyse de sûreté déterministe utilisée dans les évaluations des conséquences d'un événement. Elle permet d'identifier les exigences de haut niveau requises pour réaliser et présenter une analyse de sûreté, à la lumière des meilleures pratiques nationales et internationales qui ont cours actuellement.

6.0 EXIGENCES DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ

6.1 Responsabilité

Le titulaire de permis a la responsabilité de s'assurer que l'analyse de sûreté est exacte et qu'elle respecte les exigences réglementaires. Le titulaire de permis doit :

1. maintenir la capacité adéquate de réaliser ou d'obtenir une analyse de sûreté et de former des analystes de la sûreté;
2. établir un processus officiel d'évaluation et de mise à jour de l'analyse de sûreté qui tient compte de l'incidence de l'expérience opérationnelle, des résultats de recherche et des questions de sûreté identifiées;
3. établir et appliquer un processus officiel d'assurance de la qualité pour la réalisation des analyses de sûreté.

6.2 Événements à analyser

6.2.1 Identification des événements

Le titulaire de permis doit identifier, à l'aide d'un processus systématique, les événements, les séquences et les combinaisons d'événements (le terme « événement » est utilisé ci-après dans ce document) qui peuvent potentiellement mettre à l'épreuve les fonctions de sûreté ou de contrôle de la centrale. Ce processus doit être fondé sur les exigences et l'orientation, les antécédents en matière d'autorisation, l'expérience opérationnelle, le jugement technique, les résultats des évaluations déterministes et probabilistes et l'examen systématique de la conception.

L'identification des événements doit tenir compte de tous les modes de fonctionnement de la centrale.

La liste des événements identifiés doit être examinée par souci d'exhaustivité durant la conception et l'analyse, et modifiée par la suite au besoin.

En plus des événements qui risquent de mettre à l'épreuve la sûreté ou les fonctions de contrôle de la centrale, une analyse de sûreté doit être réalisée pour l'exploitation normale.

6.2.2 Portée des événements à analyser

La liste des événements identifiés pour l'analyse de sûreté doit comprendre toutes les défaillances et anomalies plausibles des composants et des systèmes, les erreurs des opérateurs, ainsi que les événements de cause commune déclenchés de manière interne ou externe.

Une fréquence de coupure sera choisie de manière à ce que les événements dont la fréquence est inférieure à cette limite ne contribueront que de manière négligeable au risque. Le fait de ne plus assujettir de tels événements à la portée de l'analyse doit être justifié et les raisons doivent être documentées.

6.2.3 Classification des événements

Les événements identifiés seront classés, à la lumière des résultats des études probabilistes et d'un jugement technique, dans l'une des trois catégories d'événements suivantes :

1. ***Incidents de fonctionnement prévus (IFP)*** – Événements qui vont se produire, au cours de la durée de vie de la centrale, d'après les meilleures connaissances possibles. Les IFP comprennent tous les événements dont la fréquence est supérieure à 10^{-2} par année.
2. ***Accidents de référence (ADR)*** – Événements dont la fréquence est relativement faible, mais peu commune, et pour lesquels la conception de centrale prévoit suffisamment de caractéristiques de sûreté permettant de réduire au minimum tout dommage du combustible ou toute conséquence radiologique qui pourrait en découler. Les ADR comprennent tous les événements dont la fréquence est supérieure à 10^{-5} par année, mais inférieure à 10^{-2} par année. Ils comprennent également les événements qui sont utilisés comme référence pour un système de sûreté spécial, même si les fréquences estimées sont inférieures à 10^{-5} par année.
3. ***Accidents hors-dimensionnement (AHD)*** – Événements qui surviennent très rarement, mais qui ont le potentiel de causer des dommages importants au coeur du réacteur et d'avoir des conséquences radiologiques. Les AHD comprennent les événements dont la fréquence est inférieure à 10^{-5} par année.

Les événements dont la fréquence se situe à la limite entre deux classes d'événements, ou dont l'incertitude de fréquence prévue est importante sont classés dans une classe de fréquence supérieure.

Les événements de cause commune doivent également être intégrés dans les classes IFP, ADR et AHD.

6.3 Critères d'acceptation

6.3.1 Exploitation normale

L'analyse de l'exploitation normale d'une centrale doit démontrer que

1. les valeurs des paramètres de centrale ne dépassent pas les limites opérationnelles;
2. les doses de rayonnement reçues par les travailleurs et les membres du public se situent à l'intérieur des limites réglementaires précisées dans le *Règlement sur la radioprotection*;
3. les rejets de matières radioactives dans l'environnement se situent à l'intérieur des limites admissibles.

6.3.2 Incidents de fonctionnnement prévus et accidents de référence

L'analyse des IFP et des ADR doit démontrer que

1. les doses de rayonnement reçues par les membres du public ne dépassent pas les limites précisées au tableau A.1 de l'annexe A;
2. les exigences applicables en matière de sûreté spécifiées au tableau A.2 de l'annexe A sont respectées.

6.3.3 Accidents hors-dimensionnement (AHD)

L'analyse des AHD réalisée dans le cadre d'une évaluation de la sûreté de la centrale, doit permettre de démontrer que

1. la conception de la centrale permet de respecter les objectifs établis en matière de sûreté;
2. le programme de gestion des accidents et les dispositions relatives à la conception, mis en place pour répondre aux besoins en matière de gestion des accidents, sont efficaces.

6.3.4 Application des exigences relatives à la sûreté pour les IFP et les ADR

L'annexe A identifie, de manière qualitative, les exigences fondamentales relatives à la sûreté pour les IFP et les ADR. Des exigences additionnelles peuvent être appliquées en vue de refléter les exigences relatives à la conception pour des événements particuliers.

Pour démontrer que les exigences qualitatives se rapportant à la sûreté sont respectées, des critères d'acceptation dérivés quantitatifs pour chaque événement analysé doivent être identifiés avant de procéder à l'analyse. Ces critères d'acceptation doivent pouvoir être appuyés par des données expérimentales.

Les résultats de l'analyse de sûreté doivent respecter les critères d'acceptation dérivés appropriés avec des marges suffisantes pour tenir compte de certaines incertitudes associées à l'analyse.

L'analyse doit être réalisée pour l'événement ayant été considéré comme posant le plus de difficultés sur le plan du respect des critères d'acceptation dérivés, c.-à-d. l'événement le plus limitatif d'une catégorie d'événements.

6.4 Méthodes d'analyse de sûreté et hypothèses

6.4.1 Généralités

L'analyse sera d'un niveau de confiance élevé pour ce qui est de démontrer la conformité aux critères d'acceptation.

Pour atteindre le niveau de confiance élevé, l'analyse de sûreté doit

1. être réalisée par des analystes qualifiés conformément à un processus d'AQ;
2. appliquer une méthode d'analyse systématique;
3. utiliser des modèles et des programmes informatiques vérifiés et validés;
4. utiliser des hypothèses justifiées;
5. tenir compte des incertitudes dans les modèles et les entrées de l'analyse de sûreté;
6. respecter un degré de prudence proportionnel à la gravité de l'événement analysé et aux incertitudes connexes;
7. être assujettie à un processus d'examen.

6.4.2 Méthode d'analyse

La méthode d'analyse doit comprendre

1. l'identification des scénarios à analyser tel que requis pour atteindre les objectifs d'analyse, y compris les analyses de sensibilité;
2. l'identification des critères applicables d'acceptation et des limites;
3. la collecte de l'information décrivant la centrale analysée et tous les états de centrale admissibles;
4. la définition des hypothèses relatives à l'état de centrale, la disponibilité et la performance des systèmes de centrale et les actions des opérateurs;
5. l'identification des phénomènes importants des transitoires d'accident analysés;
6. le choix des méthodes de calcul ou des programmes informatiques, des modèles et des corrélations qui ont été validés pour les applications projetées;

7. l'identification des incertitudes importantes associées à la performance de la centrale, aux mesures opérationnelles et à la modélisation de la centrale et des accidents;
8. la préparation des données d'entrée pour l'analyse;
9. la réalisation des calculs de prévision des transitoires d'événement, depuis l'état de régime permanent initial jusqu'à l'état final prédéfini;
10. la vérification des résultats du calcul à des fins de cohérence sur le plan physique et logique;
11. le traitement et la documentation des résultats des calculs pour démontrer la conformité aux critères d'acceptation.

6.4.3 Hypothèses relatives à l'analyse

L'analyse de sûreté doit être fondée sur des renseignements précis concernant la conception de la centrale et sur des renseignements opérationnels qui seront appuyés par des données expérimentales. Les hypothèses faites pour simplifier l'analyse, ainsi que les hypothèses concernant la disponibilité et la performance des systèmes et des opérateurs doivent être identifiées et justifiées.

L'analyse doit

1. intégrer suffisamment de marges dans les hypothèses de l'analyse pour compenser certaines incertitudes associées à la performance de centrale, aux mesures opérationnelles et à la modélisation de la centrale et des accidents;
2. appliquer le critère de défaillance unique pour tous les systèmes de sûreté spéciaux;
3. tenir compte des défaillances consécutives qui peuvent survenir par suite de l'événement initiateur;
4. créditer les actions des systèmes seulement lorsque les systèmes sont qualifiés pour des conditions d'accident ou lorsque leurs actions peuvent avoir un effet néfaste sur les conséquences de l'accident analysé;
5. examiner les effets du vieillissement des composants, systèmes et structures;
6. tenir compte de la possibilité que l'équipement soit retiré en vue de l'entretien;

7. créditer les actions de l'opérateur seulement
   a) lorsqu'il y a des indications claires de la nécessité de prendre de telles actions;
   b) lorsqu'il y a des procédures adéquates et suffisamment de temps pour effectuer les actions requises;
   c) lorsque les conditions environnementales n'interdisent pas de telles actions.

6.4.4 Programmes informatiques

Les programmes informatiques utilisés dans l'analyse de sûreté doivent être élaborés, validés et utilisés conformément à un programme d'assurance de la qualité qui respecte la norme N286.7 [1] de l'Association canadienne de normalisation (CSA).

6.5 Documents sur l'analyse de sûreté

Les résultats de l'analyse de sûreté doivent être documentés afin de

1. décrire les fondements techniques de l'événement analysé et les phénomènes et procédés clés;
2. présenter l'information décrivant la méthode d'analyse et les hypothèses;
3. présenter les résultats d'analyse d'une manière permettant de comprendre et de tirer des conclusions concernant la conformité aux critères d'acceptation;
4. faciliter la mise à jour de l'analyse.

6.6 Examen et mise à jour de l'analyse de sûreté

6.6.1 Examen des résultats de l'analyse de sûreté

Le titulaire de permis doit examiner systématiquement tous les résultats d'analyse afin de s'assurer qu'ils sont corrects et qu'ils respectent l'objectif initial. Les résultats doivent être évalués en les comparant avec les exigences pertinentes, les données expérimentales applicables et le jugement des experts, la comparaison avec des calculs semblables et des analyses de sensibilité.

Le titulaire de permis doit examiner les résultats de l'analyse à l'aide d'une ou de plusieurs des techniques suivantes, selon les objectifs de l'analyse :

1. examen de contrôle;
2. examen par les pairs;
3. examen indépendant réalisé par des individus qualifiés;

4. calculs indépendants à l'aide d'autres outils et méthodes dans la mesure du possible.

6.6.2 Mise à jour de l'analyse de sûreté

L'analyse de sûreté sera périodiquement examinée et mise à jour pour tenir compte des changements dans la configuration et dans les conditions de centrale (y compris ceux imputables au vieillissement), les paramètres et procédures d'exploitation, les résultats de recherche et les progrès réalisés au chapitre des connaissances sur les phénomènes physiques, conformément à la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN [2].

L'analyse de sûreté doit également être mise à jour pour tenir compte des situations ou événements qui peuvent présenter des risques de nature différente, dont la probabilité est plus élevée, ou dont l'ampleur est plus grande que ce qui avait été antérieurement présenté à la Commission dans les documents sur les renseignements liés au permis.

6.7 Qualité de l'analyse de sûreté

L'analyse de sûreté doit être assujettie à un programme d'assurance de la qualité (AQ) appliqué à toutes les activités ayant une incidence sur la qualité des résultats. Le programme d'assurance de la qualité doit permettre d'identifier les normes d'assurance de la qualité à appliquer.

Le programme d'AQ doit comprendre les procédures ou instructions documentées pour le processus d'analyse complet, y compris, sans toutefois s'y limiter :

1. collecte et vérification des données de centrale;
2. vérification des données d'entrée informatiques;
3. validation des modèles de centrale et des modèles d'analyse;
4. évaluation des résultats des simulations;
5. documentation des résultats d'analyse.

7.0 CENTRALES NUCLÉAIRES CONSTRUITES AVANT 2004

Toutes les exigences en matière d'analyse de sûreté visées par la présente norme sont applicables aux centrales nucléaires construites avant 2004, à l'exception des limites de dose de référence présentées au tableau A.1 de l'annexe A. Les limites de dose de référence présentées aux tableaux B.1 et B.2 de l'annexe B doivent être utilisées conformément aux fondements originaux du permis de la CCSN. Ou encore, le tableau A.1 peut être utilisé tel que demandé ou approuvé par la CCSN.

Les exigences relatives à l'analyse de sûreté qui constituent le fondement du permis de la CCSN demeurent applicables. Toute exemption de ces exigences doivent être justifiées et approuvées par la CCSN au cas par cas.

GLOSSAIRE

Accident *(accident)*
Tout événement imprévu, y compris les erreurs d'exploitation, les défaillances de l'équipement ou d'autres incidents, dont les conséquences réelles ou potentielles ne sont pas négligeables du point de vue de la protection ou de la sûreté.

Accident hors-dimensionnement (AHD) *(beyond design basis accident) (BDBA)*
Conditions d'accident plus graves que celles associées à un ADR. Les conséquences d'un tel accident se répercutent à l'extérieur de la centrale et des paramètres des systèmes de sûreté spéciaux. Un AHD peut entraîner ou non la détérioration du coeur du réacteur.

Accident de référence (ADR) *(design basis accident) (DBA)*
Conditions d'accident qu'une centrale nucléaire est conçue pour tolérer selon les critères d'acceptation établis, et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives sont maintenus à l'intérieur des limites autorisées.

Analyse de sensibilité *(sensitivity analysis)*
Examen quantitatif de la variabilité du comportement d'un système, habituellement exprimé sous forme de valeurs pour certains paramètres.

Analyse de sûreté *(safety analysis)*
Étude d'analyse technique et scientifique, habituellement réalisée à l'aide de programmes informatiques, par laquelle on démontre comment les exigences relatives à la sûreté sont satisfaites.

Analyse de sûreté déterministe *(deterministic safety analysis)*
Analyse utilisant, comme paramètres clés, des valeurs numériques uniques (retenues pour avoir une probabilité de 1), ce qui mène à une valeur unique comme résultat. Cette analyse de sûreté est réalisée suivant certaines hypothèses prédéterminées concernant l'état opérationnel initial et l'événement initiateur, avec un ensemble de règles et de critères d'acceptation spécifiques. L'analyse déterministe peut être réalisée soit avec la méthode prudente ou la méthode de type réaliste.

Cause commune *(common cause)*
Cause à l'origine de deux ou de plusieurs structures, systèmes ou composants, comme les phénomènes naturels (séismes, tornades, inondations, etc.), un défaut de conception ou de fabrication, des erreurs d'exploitation ou d'entretien, une destruction causée par l'homme, etc.

CCSN *(CNSC)*
Commission canadienne de sûreté nucléaire

Centrale nucléaire *(nuclear power plant, NPP)*
Toute installation de réacteur de fission ayant été construite pour produire de l'électricité à l'échelle commerciale. Une centrale nucléaire est une installation nucléaire de catégorie IA, telle que définie dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

Critère de défaillance unique *(single failure criterion)*
Critère appliqué à un système voulant qu'il soit capable d'accomplir sa fonction en cas de défaillance unique.

Critères d'acceptation *(acceptance criteria)*
Limite quantitative de paramètres choisis ou d'exigences qualitatives établies pour les résultats de l'analyse d'un accident. Des limites précisées sur la valeur d'un indicateur fonctionnel ou d'un indicateur d'état utilisées pour évaluer la capacité d'un système, d'une structure ou d'un composant à accomplir sa fonction prévue par la conception.

Dimensionnement *(design basis)*
Toutes les conditions pour lesquelles une centrale nucléaire est conçue selon les critères d'acceptation établis et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives sont maintenus à l'intérieur des limites autorisées.

Exploitation normale *(normal operation)*
L'exploitation d'une centrale nucléaire à l'intérieure de certaines limites et conditions opérationnelles spécifiées incluant le démarrage, le fonctionnement en régime de puissance, en processus d'arrêt, l'arrêt, l'entretien et le rechargement de combustible.

Fonction de sûreté *(safety function)*
Objectif spécifique devant être accompli pour assurer la sûreté.

Incident de fonctionnement prévu (IFP)*(anticipated operational occurrence)(AOO)*
Un procédé opérationnel s'éloignant de l'exploitation normale peut survenir à une ou plusieurs reprises pendant la durée de vie de l'exploitation de la centrale nucléaire mais, à la lumière des dispositions appropriées relatives à la conception, celui-ci ne risque pas de causer des dommages importants à éléments importants sur le plan de la sûreté, ni de causer des conditions d'accident.

Limites et conditions opérationnelles *(operational limits and conditions)*
Ensemble de règles établissant les limites ou conditions des paramètres qui assurent la capacité fonctionnelle et les niveaux de performance de l'équipement pour l'exploitation sûre d'une centrale nucléaire.

Méthode prudente *(conservative method)*
Méthode menant nécessairement à des résultats susceptibles d'être limitatifs en ce qui a trait à certains critères d'acceptation.

Méthode de type réaliste *(best estimate approach)*
Méthode conçue pour donner des résultats réalistes fondés sur les connaissances et capacités en matière de modélisation qui sont disponibles.

Systèmes de sûreté spéciaux *(special safety systems)*
Les systèmes conçus pour l'arrêt sûr du réacteur, l'évacuation de la chaleur hors du coeur et l'évitement du rejet de matières radioactives dans l'environnement en cas d'accident. Pour les réacteurs CANDU actuels, les systèmes de sûreté spéciaux comprennent le système d'arrêt d'urgence n° 1, le système d'arrêt d'urgence n° 2, le système de refroidissement d'urgence du coeur et le système de confinement.

RÉFÉRENCES

Publications citées dans le texte

1. CSA N286.7-99, *Quality Assurance of Analytical, Scientific and Design Computer Programs for Nuclear Power Plants*, 2003.

2. CCSN S-99, Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires, 2003.

3. Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) n° 1010, « *Reactor Siting Criteria and Practices in Canada* », février 1965.

4. Document de consultation C-6 de la CCSN, Guide de réglementation proposé, « L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU », juin 1980.

Publications pertinentes

1. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), Série sécurité NS-G-1.2, *Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants*, 2001.

2. Normes de sûreté de l'AIEA NS-R-1, « Safety of Nuclear Power Plants: Design, Requirements », 2000.

ANNEXE A

Critères d'acceptation

A.1 Limites de dose de référence

Pour démontrer que les conséquences radiologiques des événements analysés ne dépassent pas les limites indiquées au tableau A.1, la dose sera calculée :

1. pour un membre d'un groupe critique représentatif de la moyenne, pour lequel les conséquences radiologiques du rejet sont les plus graves à la limite du site, ou au-delà de cette limite;
2. pour la période de 30 jours après l'événement analysé;
3. en tenant compte de la contribution du rayonnement externe, de l'inhalation et de l'absorption cutanée.

Tableau A.1 Limites de dose de référence

Événement	Dose efficace, mSv
Incident de fonctionnement prévu	0,5
Accident de référence	20

Remarque : Les centrales nucléaires construites avant 2004 peuvent utiliser le tableau A.1, selon les directives ou approbations de la CCSN.

A.2 Exigences relatives à la sûreté

Le tableau A.2 présente les exigences fondamentales de sûreté pour les IFP et les ADR. Des exigences additionnelles peuvent être appliquées à certains événements particuliers. Des critères d'acceptation dérivés quantitatifs doivent être identifiés pour l'application pratique de ces exigences.

Tableau A.2 Exigences de la sûreté pour les réacteurs à tubes de force

Exigences	IFP	ADR
Ne repose pas sur les systèmes de sûreté spéciaux pour satisfaire aux exigences	A	s. o.
Aucune détérioration corrélative de l'état du combustible[1]	A	s. o.
Configuration du combustible permettant d'évacuer la chaleur résiduelle	A	A[2]
Aucun dommage additionnel causé au combustible après que le SRUC ait rétabli un refroidissement adéquat	A	A[2]
Aucune fragmentation du combustible due à une addition d'énergie trop rapide	A	A
Aucune contrainte résultant de l'allongement axiale des éléments de combustible	A	A
Évitement de la criticité instantanée	A	A
Configurations des canaux de combustible permettant d'évacuer la chaleur résiduelle	A	A[2]
Aucune défaillance consécutive des fonctions des systèmes de sûreté spéciaux	A	A
Aucune perte consécutive de l'intégrité du circuit caloporteur primaire	A	A[2]
Confinement demeurant à l'intérieur de la plage de pression nominale	A	A
Aucune explosion ni déflagration consécutives dues à l'hydrogène dans aucun système de centrale	A	A
Réacteur demeurant sous-critique après la mise à l'arrêt	A	A
Combustible épuisé demeurant sous-critique	A	A
Refroidissement du combustible épuisé maintenu	A	A

Remarque : Les symboles « A » et « s. o. » signifient « applicable » et « sans objet » respectivement.

[1] Pour cette exigence, la détérioration de l'état du combustible signifie que le combustible n'est plus qualifié pour une utilisation continue après avoir été assujetti aux conditions prévues.

[2] Dans le cas des événements où l'événement initiateur survient dans un canal de combustible unique, dans ses conduites ou dans les machines de chargement du combustible, ces exigences ne s'appliquent pas à ce canal ou au combustible connexe.

ANNEXE B

Limites de dose de référence pour les centrales nucléaires construites avant 2004

Démontrer que les conséquences radiologiques des événements analysés ne dépassent pas les limites présentées aux tableaux B.1 ou B.2; la dose sera calculée comme suit :

1. pour un membre d'un groupe critique représentatif de la moyenne, pour lequel les conséquences radiologiques du rejet sont les plus graves à la limite du site;
2. pour la période de 30 jours après l'événement analysé;
3. en tenant compte de la contribution du rayonnement externe, de l'inhalation et de l'absorption cutanée.

Tableau B.1 Limites de dose de référence pour les centrales nucléaires d'après le document AECB-1010 [3]

Événement	Dose efficace, mSv	Dose à la thyroïde, mSv
Défaillance de système de procédé	5	30
Défaillance de système de procédé plus défaillance d'un système de sûreté spécial	250	2 500
Remarque : La définition de défaillance de système de procédé est présentée dans le document AECB-1010		

Tableau B.2 Limites de dose de référence pour les centrales nucléaires d'après le document AECB C-006 [4]

Classes d'événement	Dose efficace, mSv	Dose à la thyroïde, mSv
Classe 1	0,5	5
Classe 2	5	50
Classe 3	30	300
Classe 4	100	1 000
Classe 5	250	2 500
Remarque : La définition des catégories d'événements est présentée dans le document AECB C-006		